

## Analisis Koefisien Difusi Neutron terhadap Jarak Ekstrapolasi dalam Persamaan Difusi Multigrup Satu Dimensi

Winka Wino Yunanda\*, Mohammad Ali Shafii

Laboratorium Fisika Nuklir, Jurusan Fisika

Fakultas Matematika dan Ilmu Pengetahuan Alam Universitas Andalas

Kampus Unand Limau Manis, Padang, 25163 Indonesia

\*winkawinoy@gmail.com

### ABSTRAK

Telah dilakukan analisis koefisien difusi neutron terhadap jarak ekstrapolasi dalam persamaan difusi multigrup satu dimensi. Penelitian ini bertujuan untuk menentukan distribusi fluks neutron yang selanjutnya digunakan sebagai nilai masukan untuk menghitung koefisien difusi neutron sebagai fungsi 70 grup energi. Jenis reaktor yang digunakan dalam penelitian ini adalah reaktor cepat dengan teras berbentuk *slab* dan bahan bakar yang digunakan adalah U-PuN. Pada penelitian ini dilakukan perhitungan distribusi fluks neutron dan koefisien difusi neutron untuk 20 grup energi yaitu hanya pada grup energi tinggi saja. Hasil penelitian menunjukkan bahwa nilai koefisien difusi pada 20 grup terhadap jarak ekstrapolasi pada grup energi cepat untuk bahan bakar U-235 dan Pu-239 diperoleh nilai yang hampir sama yaitu antara  $1 \times 10^{-4}$  cm sampai  $5 \times 10^{-4}$  cm hal ini terjadi karena U-235 dan Pu-239 merupakan bahan fisil, sedangkan nilai koefisien difusi neutron pada U-238 jauh lebih kecil yaitu antara  $5 \times 10^{-5}$  cm sampai  $25 \times 10^{-5}$  cm, perbedaan nilai ini terjadi karena U-238 merupakan bahan fertil.

Kata kunci: distribusi fluks neutron, grup energi, jarak ekstrapolasi, koefisien difusi neutron

### ABSTRACT

*Analysis of neutron diffusion coefficient about the extrapolation distance in the one-dimensional multigrup diffusion equation has been performed. The research purpose to determine the neutron flux distribution as the initial input to calculate the neutron diffusion coefficient as a function of the 70 energy groups. The type of reactor used in this research is a fast reactor with core slab and the fuel used is U-PuN. In this research, the calculation of neutron flux distribution and neutron diffusion coefficient are performed for 20 groups of energy neutron which only on fast energy groups. The result indicates that the neutron diffusion coefficient in 20 energy groups about the extrapolation distance on fast energy groups to U-235 and Pu-239 are obtained almost the same with a range of value is between  $1 \times 10^{-4}$  cm to  $5 \times 10^{-4}$  cm the different value is caused U-235 and Pu-239 is a fissil material, but the neutron diffusion coefficient U-238 is much smaller with value is between  $5 \times 10^{-5}$  cm to  $25 \times 10^{-5}$  cm, the different value of diffusion coefficient is caused of U-238 is a fertile material.*

*Keywords: neutron flux distribution, energy group, extrapolation distance, neutron diffusion coefficient*

## I. PENDAHULUAN

Bagian yang paling rumit dalam analisis sistem reaktor nuklir adalah masalah transport neutron yang digambarkan sebagai persamaan transport integro-diferensial dengan variabel energi, ruang dan waktu. Masalah transport neutron ini sangat penting untuk diselesaikan karena distribusi neutron berkaitan dengan distribusi daya reaktor. Salah satu pendekatan yang paling sederhana dalam menyelesaikan transport neutron adalah dengan metode difusi. Penyelesaian persamaan difusi ini memberikan bentuk distribusi fluks neutron terhadap ruang dan energi. Pada persamaan ini energi neutron memiliki grup-grup energi, sehingga persamaannya disebut persamaan difusi multigrup. Dalam persamaan difusi multigrup diperlukan nilai penampang lintang makroskopik dan distribusi fluks neutron untuk memperoleh nilai koefisien difusi.

Perhitungan penampang lintang makroskopik total dari sebuah sel bahan bakar nuklir telah dilakukan oleh Aini (2014). Hasil analisis menunjukkan bahwa pola penampang lintang makroskopik total untuk nuklida uranium dan plutonium pada energi tinggi (*unresolved resonance*) mengalami tumpang tindih (*overlap*) dalam sel bahan bakar nuklir. Usman (2017) melakukan penelitian bentuk geometri *slab* teras reaktor dalam perhitungan matriks *Pij* serta distribusi fluks neutron pada sel bahan bakar nuklir U-235 dan U-238 dalam kondisi homogen dan tidak homogen. Dari penelitian didapat hasil bahwa semakin besar nilai penampang lintang *removal* maka akan semakin kecil nilai fluks skalar pada *region* karena penampang lintang *removal* menunjukkan probabilitas sebuah neutron akan dipindahkan grup energi *g* akibat adanya

tumbukan. Yulianti (2008) menggunakan persamaan difusi multigrup satu dimensi untuk analisis kecelakaan reaktor. Hasil penelitian ini didapat bahwa adanya kenaikan daya dalam reaktor yang akan menaikkan temperatur bahan bakar dan pendingin reaktor, kenaikan temperatur tersebut akan mengubah harga penampang lintang di dalam reaktor.

Penelitian ini penting dilakukan sebagai rintisan awal perhitungan distribusi fluks neutron dan koefisien difusi pada ukuran teras reaktor cepat dengan geometri yang lebih besar. Penelitian ini dimulai dengan menghitung fluks neutron dilevel sel bahan bakar nuklir U-PuN. Fluks neutron sebagai fungsi 70 grup energi ini selanjutnya menjadi fluks masukan dalam perhitungan koefisien difusi neutron. Jenis reaktor yang dipilih dalam penelitian ini adalah jenis reaktor cepat dengan teras berbentuk silinder. Data *library* yang digunakan dalam penelitian ini adalah JFS-3-J33 70 grup yang merupakan *library* dari kode komputer SLAROM dari JAEA Japan. Penelitian ini berupa pengembangan program komputasi nuklir menggunakan Pascal.

Neutron adalah partikel baryon yang tersusun dari dua *down quark* dan satu *up quark*. Neutron bersifat fermion (spin 1/2) sehingga distribusi energinya mengikuti statistik Fermi-Dirac. Neutron memiliki sifat seperti : neutron saling terikat dengan gaya yang sangat kuat membentuk inti, neutron ~0,2% lebih masif dari proton yang setara dengan perbedaan energi sebesar 1,29 MeV. Pada dasarnya neutron terkungkung dalam inti atom dan bersifat stabil, tetapi melalui reaksi nuklir dapat dihasilkan neutron bebas. Perhitungan yang berdasarkan dari sifat-sifat neutron dalam sebuah reaktor memerlukan sebuah persamaan yang disebut persamaan transport neutron yang menggambarkan proses perpindahan neutron pada suatu elemen volume dalam daerah energi tertentu dan dalam waktu tertentu. Persamaan transport neutron yang bergantung waktu dapat ditulis sebagai,

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} + \hat{\Omega} \cdot \nabla \phi + \Sigma_t(\vec{r}, E) \phi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) = \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \int_0^\infty dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) \phi(\vec{r}, E', \hat{\Omega}', t) + s(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) \quad (1)$$

Penyederhanaan dari persamaan transport neutron ini menggunakan persamaan difusi. Solusi persamaan difusi memberikan bentuk distribusi fluks neutron terhadap ruang yang selanjutnya dapat diperoleh distribusi daya (bergantung pada ruang). Penyelesaian paling sederhana untuk mendapatkan persamaan ini dengan menerapkan konsep keseimbangan neutron masuk dan neutron keluar. Bentuk matematis dari persamaan difusi di atas dapat dituliskan sebagai (Duderstadt dan Hamiltonian, 1976),

$$\frac{1}{V_g} \frac{\partial \phi_g}{\partial t} = \nabla \cdot D_g \nabla \phi_g - \Sigma_{ag} \phi_g + S_g - \Sigma_{sg} \phi_g - \sum_{g'=1}^G \Sigma_{sgg'} \phi_{g'} \quad g=1, 2, \dots, G \quad (2)$$

dengan  $\frac{1}{V_g} \frac{\partial \phi_g}{\partial t}$  suku perubahan jumlah neutron,  $\nabla \cdot D_g \nabla \phi$  suku *leakage/* bocoran,  $\Sigma_{ag} \phi_g$  suku *absorpsi*,  $S_g$  suku sumber neutron dari reaksi fisi,  $\Sigma_{sg} \phi_g$  suku neutron yang masuk karena hamburan,  $\sum_{g'=1}^G \Sigma_{sgg'} \phi_{g'}$  suku neutron yang hilang karena hamburan.

Persamaan difusi multigrup pada keadaan *steady state* dapat dituliskan sebagai,

$$-\nabla \cdot D_g \nabla \phi_g + \Sigma_{rg} \phi_g = \sum_{g'=1}^G \Sigma_{sgg'} \phi_{g'} + \frac{\chi_g}{k_{eff}} \sum_{g'=1}^G \nu_{g'} \Sigma_{fg'} \phi_{g'} \quad (3)$$

dengan  $k_{eff}$  = faktor multiplikasi efektif yang merupakan harga eigen pada kondisi kritis.

Pada keadaan *steady state* dan medium homogen satu dimensi (1D), Persamaan (3) dapat dinyatakan ke dalam bentuk :

$$-D_g \nabla^2 \phi_g(x) + \Sigma_{ag} \phi(x) = S_g(x) \quad (4)$$

Evaluasi nilai fluks secara numerik dilakukan dengan menggunakan *Metode Jacobi*:

$$\phi_{ig}^{new} = \frac{\frac{\phi_{(i+1)g}^{old} + \phi_{(i-1)g}^{old}}{(\Delta x)^2} + \frac{S_{ig}}{D_g}}{\frac{\Sigma_{ag}}{D_g} + \frac{2}{(\Delta x)^2}} \tag{5}$$

dengan demikian, koefisien difusi sebagai fungsi energi dapat ditulis sebagai :

$$D_g = \frac{(\Delta x)^2 (\phi_{ig}^{new} \Sigma_{ag} - S_{ig})}{\phi_{(i+1)g}^{old} + \phi_{(i-1)g}^{old} - 2\phi_{ig}^{new}} \tag{6}$$

**II. METODE**

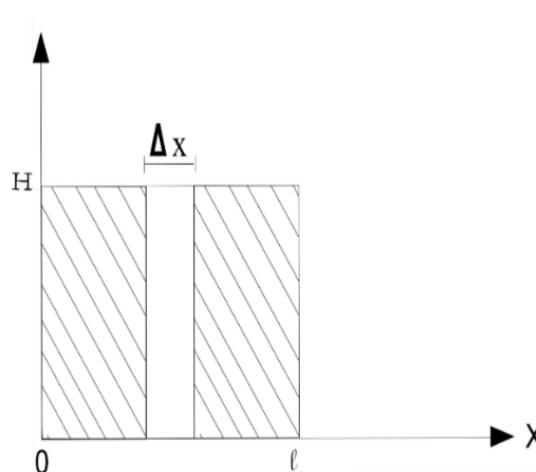
**2.1 Spesifikasi Desain Reaktor**

Bahan bakar yang akan digunakan dalam penelitian ini adalah campuran U-PuN, bahan struktur kelongsongnya adalah *stainless steel* dan Pb-Bi sebagai pendingin. Desain sel secara lengkap tersaji dalam Tabel 1:

**Tabel 1** Spesifikasi desain sel reaktor

Parameter Sel	Spesifikasi
Bahan bakar	uranium-plutonium nitride
Bentuk teras	Silinder 1D
Struktur material	Stainless steel
Pendingin	Timbal-Bismuth (Pb-Bi)
Diameter bagian bahan bakar	1,134 cm
Tebal cladding	0,11 cm
Temperatur rata-rata	1183 K
Fraksi volume sel: bahan bakar	61,73%
struktur	19,40%
pendingin	18,87%

Desain teras reaktor berbentuk slab berhingga dengan jarak pada sumbu *x* yaitu 0 sampai *l* dengan asumsi bahwa di dalam  $\Delta x$  tersusun bahan bakar, kelongsong dan bahan pendingin dapat dilihat pada Gambar 1.



**Gambar 1** Desain teras reaktor bentuk slab berhingga

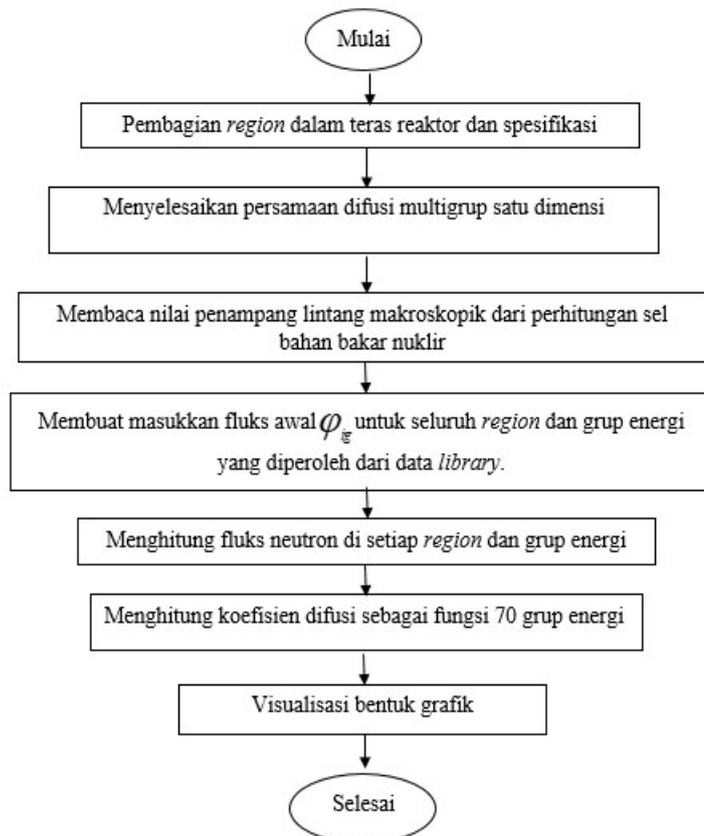
Jari-jari terluar ketiga *region*, komposisi dan banyaknya *mesh* di setiap *region* dan jumlah total nuklida terlihat pada Tabel 2:

**Tabel 2** Komposisi banyaknya mesh dan nuklida tiap region.

Region	Banyaknya mesh	Jari-jari terluar per region (cm)	Banyaknya nuklida
1	3	0,35	10
2	1	0,46	10
3	2	0,567	4

## 2.2 Teknik Penelitian

Perhitungan koefisien difusi dilakukan dalam langkah-langkah seperti pada Gambar 2. Persamaan difusi multigrup satu dimensi diselesaikan untuk mendapatkan nilai fluks awal, setelah diperoleh persamaan fluks awal maka diperoleh persamaan untuk mendapat nilai koefisien difusi neutron. Setelah persamaan untuk fluks neutron baru dan koefisien difusi diperoleh maka dilakukan pembacaan data penampang lintang makroskopik untuk 70 grup energi dan dengan isotop bahan bakar U-235, U-238 dan Pu-239 dari data yang sudah ada. Nilai penampang lintang makroskopik dijadikan sebagai nilai masukan pada perhitungan fluks awal, perhitungan fluks awal menggunakan Persamaan 5 dengan nilai koefisien difusi dianggap sebuah tetapan. Setelah diperoleh nilai fluks awal dilakukan perhitungan nilai koefisien difusi neutron dengan menggunakan Persamaan 6. Semua perhitungan dilakukan dengan bahasa pemrograman Pascal.



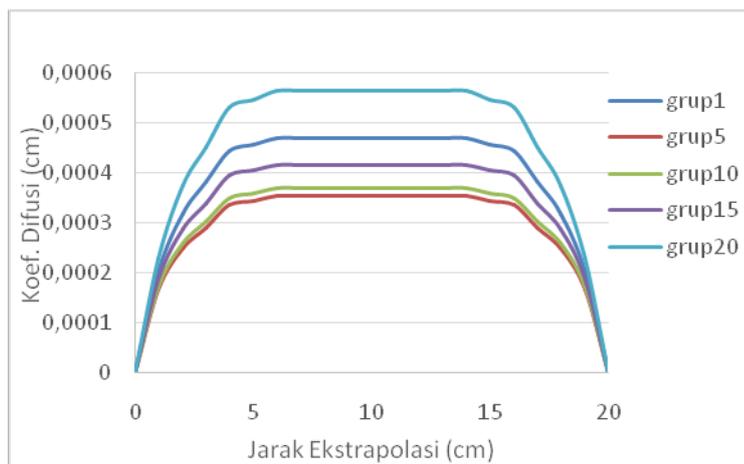
**Gambar 2** Langkah-langkah Penelitian

### III. HASIL DAN DISKUSI

Perhitungan nilai koefisien difusi untuk 20 grup energi ini menggunakan nilai distribusi fluks neutron yang telah dihitung sebelumnya pada grup energi tinggi. Jarak ekstrapolasi yang digunakan pada perhitungan adalah 20 cm dengan syarat batas 0-0.

#### 3.1 Koefisien Difusi Neutron pada U-235

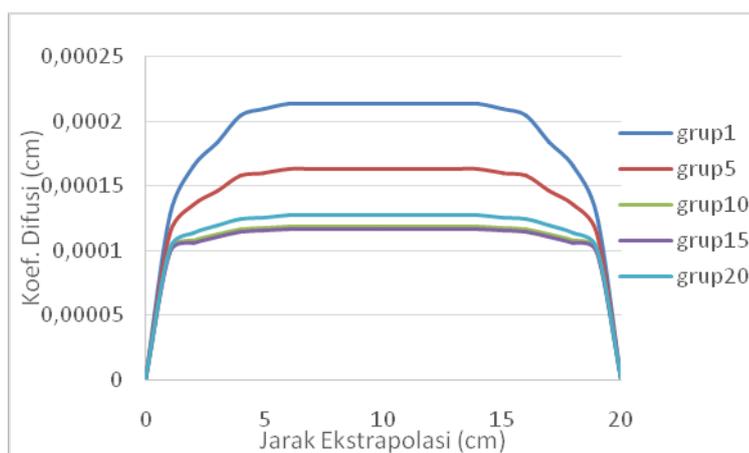
Hasil penelitian menunjukkan bahwa nilai koefisien difusi neutron pada grup energi tinggi yaitu grup 1 sampai grup 20 dengan jarak ekstrapolasi 20 cm yaitu berbanding lurus, semakin tinggi grup maka semakin besar nilai koefisien difusi. Hal yang sangat memengaruhi hasil ini adalah nilai masukan penampang lintang makroskopik dan fluks neutron yang merupakan aspek paling penting dalam perhitungan koefisien difusi neutron.



Gambar 3 Grafik hubungan koefisien difusi terhadap jarak ekstrapolasi U-235

#### 3.2 Koefisien Difusi Neutron pada U-238

Hasil penelitian menunjukkan bahwa nilai koefisien difusi neutron pada grup energi tinggi isotop bahan bakar U-238 berbanding terbalik, semakin tinggi grup maka semakin besar nilai koefisien difusi. Hal ini dipengaruhi oleh nilai penampang lintang makroskopik pada U-238 dari grup 1 sampai grup 20 berbanding lurus yang biasanya disebabkan karena U-238 merupakan bahan fertil yaitu bahan yang bisa berfisi setelah ditembak dengan neutron berenergi tinggi.

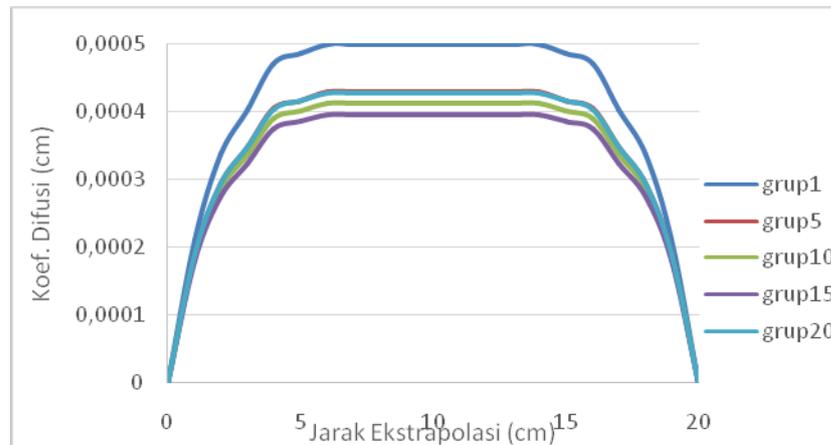


Gambar 4 Grafik hubungan koefisien difusi terhadap jarak ekstrapolasi U-238

#### 3.3 Koefisien Difusi Neutron pada Pu-239

Hasil penelitian menunjukkan bahwa nilai koefisien difusi neutron pada grup energi tinggi isotop bahan bakar Pu-239 berbanding terbalik, semakin tinggi grup maka semakin besar nilai koefisien difusi. Hal ini disebabkan karena Pu-239 merupakan isotop hasil dari U-238 yang

telah berfisi. Nilai koefisien difusi Pu-239 memiliki rentang yang sama dengan U-235 yaitu berkisar antara  $1 \times 10^{-4}$  cm sampai  $5 \times 10^{-4}$  cm karena nilai penampang lintang makroskopik U-235 dan Pu-239 memiliki rentang yang sama.



**Gambar 5** Grafik hubungan koefisien difusi terhadap jarak ekstrapolasi Pu-239

#### IV. KESIMPULAN

Berdasarkan hasil penelitian yang dilakukan dengan jarak ekstrapolasi 20 cm dapat disimpulkan bahwa pada U-235 dan Pu-239 diperoleh nilai koefisien difusi neutron di level energi tinggi berada pada rentang  $1 \times 10^{-4}$  cm sampai  $5 \times 10^{-4}$  cm sedangkan pada U-238 diperoleh nilai yang lebih kecil yaitu dengan rentang nilai  $5 \times 10^{-5}$  cm sampai  $25 \times 10^{-5}$  cm, hasil ini dipengaruhi oleh nilai penampang lintang makroskopik dan nilai fluks neutron sebagai masukan pada perhitungan. Perbedaan nilai pada U-238 terjadi karena U-238 merupakan bahan fertil.

#### DAFTAR PUSTAKA

- Aini, N. dan Shafii, M.A., "Pola Penampang Lintang Makroskopik Total dalam Sel Bahan Bakar Nuklir", *Jurnal Ilmu Fisika*, 6 (1), 2014.
- Beiser, A., *Concepts of Modern Physics* (McGraw-Hill Book Company, New York, 1981) hal 36-40.
- Duderstadt, J.J. dan Hamiltonian, L.J., *Nuclear Reactor Analysis* (John Wiley and Sons Inc, New York, 1976) hal 285-311.
- Shafii, M.A., "Beberapa Metode Penyelesaian Persamaan Transport Neutron Dalam Reaktor Nuklir", *Jurnal Ilmu Dasar Universitas Jember*, 14 (2), hal 59-60, 2013.
- Shafii, M.A., "Nuclear Fuel Cell Calculation Using Collision Probability Method with Linear Non Flat Flux Approach", *World Journal of Nuclear Science and Technology*, 2 (1), hal 49-53, 2012.
- Stacey, W.M., *Nuclear Reactor Physics*, (Wiley-VCH Verlag GmbH & Co.Kgaa, Germany, 2007), hal 43-57.
- Usman. J. dan Shafii, M.A., "Perhitungan Matriks  $P_{ij}$  dan Distribusi Fluks Neutron pada Sel Bahan Bakar Nuklir U-235 dan U-238 Berbentuk *Slab* Menggunakan MOC", *Jurnal Fisika Unand*, 6 (1), hal 77-80, 2017.
- Yulianti, Y. dkk., "Penyelesaian Persamaan Difusi Multigrup 1-Dimensi Menggunakan Metode *Direct* dan Aplikasinya Dalam Analisis Kecelakaan Reaktor Cepat Jenis Utop", *Risalah Lokakarya Komputasi Dalam Sains dan Teknologi Nuklir*, hal 65-75, 2008.